FOM-Instituut voor
Plasmafysica
Rijnhuizen
Nieuwegein

I.R. 80/052

November 1980

I N T O R;
een reactor ter ontwikkeling van de fusietechnologie

B. Brandt en F. Engelmann*
Associatie Euratom-FOM

Met de grote fusie-experimenten van de JET-generatie hoopt men binnen enkele jaren plasmaparameters te bereiken zoals nodig zijn in fusiereactoren (overschrijden van de wetenschappelijke drempel). In het kader van de IAEA werken de Europese Gemeenschap, Japan, de Sovjet-Unie en de Verenigde Staten samen aan de voorbereiding van de volgende stap, een internationale Tokamak-reactor (INTOR). Deze is hoofdzakelijk bedoeld voor de ontwikkeling van de technologieën die nodig zijn om door fusie elektriciteit met hoog rendement op te wekken en tritium te kweken (overschrijden van de technische drempel). Op INTOR zullen demonstratiereactoren (DEMO's) moeten volgen, die de betrouwbaarheid van de fusiereactor op grote schaal demonstreren, en die geëxtrapoleerd kunnen worden naar prototypen van commerciële reactoren (bereiken van de economische drempel).

* Deelnemer aan de INTOR-Workshop

In dit artikel zal de stand van zaken rond INTOR beschreven worden. De INTOR-Workshop werd aan het eind van het jaar 1978 door de Internationale Atoom-Energie Agentschap te Wenen ingesteld n.a.v. een advies van de International Fusion Research Council en nadat de Europese Gemeenschap, Japan, de Sovjet-Unie en de Verenigde Staten hadden toegezegd te zullen deelnemen. Gedurende het jaar 1979 maakte de Workshop een analyse van de fysische en technische data-basis die beschikbaar is voor het voorbereiden van een experimentele fusiereactor en gaf een definitie van de doelstellingen hiervoor ("fase 0" van het voorbereidingswerk). Het eindrapport over deze werkfase is recentelijk verschenen (INTOR, International Tokamak Reactor, Zero-Phase, IAEA, Vienna, 1980). Sinds het begin van het jaar 1980 houdt de Workshop zich bezig met een voorontwerp van INTOR ("fase 1"). Het resultaat van deze werkzaamheden wordt in juli 1981 verwacht. Over de voortzetting van de samenwerking in de daarop volgende fasen: gedetailleerd ontwerp, bouw en bedrijf, zullen in de toekomst beslissingen moeten worden genomen. Het INTOR-werk wordt gedaan met volle steun van alle werkgroepen die in de deelnemende landen op dit terrein werkzaam zijn, b.v. de Werkgroep voor NET, de "Next European Torus", in de Europese Gemeenschap. In de volgende hoofdstukken zullen met name de functie, voorlopige dimensionering, en het fysisch en technisch ontwikkelingswerk, dat ter voorbereiding van INTOR nodig is, kort aan de orde komen.

A. Wat is INTOR?

A.1 De stap na de JET-generatie

Met de tokamaks van de JET-generatie heeft de evaluatie en ontwikkeling van de fusie-energie een zodanige schaal bereikt, dat het aantal parallelle experimenten beperkt moet blijven. Opeenvolgende experimenten liggen ongeveer 10 jaren uiteen. In de ontwikkeling moet dus telkens een zo grote stap gedaan worden als redelijkerwijs mogelijk is. In de machines van de JET-generatie zal qua grootte en parameters van het plasma het thermonucleaire regime bereikt worden. Op het gebied van de plasmafysica blijft dan voor INTOR de taak, de nucleaire ontsteking en de beheerste verbranding met een tijdschaal in de orde van 100 seconden per puls te demonstreren. Het voornaamste doel van INTOR is

echter het ontwikkelen en het testen van de voor een fusiereactor benodigde technologie. Daartoe is voldoende neutronen-fluentie nodig, die een hoge neutronenflux, een hoge duty cycle en een hoge graad van beschikbaarheid van de reactor vereist. Het belangrijkste technische ontwikkelingswerk dat met een "engineering test reactor" zoals INTOR gedaan moet worden, betreft de blanket-technologie, d.w.z. de technologie van de om het brandende plasma heen liggende mantel waarin de geproduceerde energie gedeponeerd en het tritium gekweekt wordt, en de energie-afvoer en de tritium-extractie daaruit. Verder zal zo'n reactor de betrouwbaarheid van verschillende voor een fusiereactor benodigde technieken moeten aantonen (zie tabel 1).

De plasmafysische taak zal in de eerste bedrijfsfase vervuld moeten worden, die ten doel heeft de voor INTOR gewenste prestatie te bereiken. Daarna zullen de technische experimenten kunnen beginnen, in de bedrijfsfase 2 meer in de vorm van klein-schalige tests en in de daarop volgende bedrijfsfase 3 als groot-schalige demonstratie van de voor een DEMO benodigde technieken (zie tabel 2).

A.2 Hoofdkenmerken van INTOR en een mogelijk tijdschema

De afmetingen van het plasma worden in INTOR hoofdzakelijk bepaald door de dichtheid van de neutronenflux, die in de orde van grootte moet zijn van die in een toekomstige fusiereactor. Voor INTOR is deze $Q_N = 1{,}3$ MW/m^2 gekozen, uitgedrukt via de neutronenenergieflux op de wand. Hiervoor geldt namelijk de schaalwet $Q_N \sim \langle\beta_{DT}\rangle^2 B^4 a^2/a_w$, waar $\langle\beta_{DT}\rangle$ de verhouding van de druk van het DT-plasma tot de energiedichtheid van het opsluitende magnetische veld B is, terwijl a en a_w de (horizontale) kleine straal van het toroïdale plasma en de wand van het ontladingsvat zijn. Daar $\langle\beta_{DT}\rangle$ en B om fysische, respectievelijk technische redenen beperkt zijn, volgt uit het voorgaande dat het INTOR-plasma een kleine straal van a = 1,2 moet hebben. Dit komt ongeveer overeen met de afmetingen van het plasma in JET (zie tabel 3). Alleen de grote straal van de toroïdale plasmakolom moet in INTOR groter zijn dan in JET (R = 5,2 m in plaats van 2,96 m) vanwege de aanwezigheid van de blanket rond het plasma. Plasmafysisch gezien is dus de extrapolatie van JET naar INTOR zeer gering. Hierbij moet worden opgemerkt dat het bereiken van ontsteking in INTOR bij relatief lage waarden van

de totale $\langle\beta\rangle$ (ongeveer 4,5%, hetgeen overeenkomt met $\langle\beta_{DT}\rangle \approx 3{,}5\%$) volgens de "Alcator" schaalwet voor de plasma-opsluitingseigenschappen, $\langle n\rangle\, \tau_E = 8\cdot 10^{-21}\, \langle n\rangle^2\, a^2$ ($\langle n\rangle$ = gemiddelde plasmadichtheid, τ_E = energie-opsluittijd; SI-eenheden), die de huidige tokamakexperimenten goed beschrijft, zonder meer mogelijk lijkt. De totale afmetingen van INTOR, door het integreren van de voor een fusiereactor benodigde elementen, met name een blanket, zullen echter niet veel kleiner zijn dan die van een mogelijke commerciële fusiereactor. Daarvoor zou inderdaad hoofdzakelijk een beperkte opschaling van de plasma-afmetingen nodig zijn, om een voldoend thermisch vermogen te bereiken. In INTOR is dit 620 MW gedurende de verbrandingspuls, terwijl het gemiddeld verbruik van elektrisch vermogen op ongeveer 200 MW geschat wordt.

De levensduur van INTOR zal ongeveer 10^6 pulsen met een lengte van 100 s moeten zijn. Een duty cycle van 70% lijkt haalbaar, terwijl voor de maximale beschikbaarheid als doel 25 tot 50% is gesteld.

Verdere kenmerken van INTOR zijn: de spoelen voor het poloïdale magnetische veld, dat voor de controle van de plasmapositie nodig is, zullen indien mogelijk buiten de 12 hoofdveldspoelen worden geplaatst. Dit vereenvoudigt de problemen van afstandsbediening en maakt het mogelijk alle spoelen supergeleidend te kiezen. Voor de verhitting van het plasma tot ontsteking is injectie van neutrale bundels (75 MW over 5 à 10 s met een deeltjesenergie van 175 keV) voorgesteld. De brandstoftoevoer zal door middel van een gasstroom van DT gebeuren, zonodig gecomplementeerd door het inschieten van DT-korrels. Voor de afvoer van helium en van thermische energie uit het plasma wordt een "divertor" overwogen.

Zuiver technisch gezien lijkt het volgende tijdschema voor INTOR mogelijk. Voorstudies waarin ook het uitwerken van een referentieproject begrepen zou moeten zijn, zullen in 1982/83 afgesloten kunnen worden. Deze zullen samen met de te verwachten uitkomsten van het lopende wetenschappelijke en technische ontwikkelingswerk de basis kunnen vormen voor een gedetailleerd INTOR-ontwerp, dat in 1985/86 klaar zal kunnen zijn. Op dat tijdstip is dan ook te verwachten dat er voldoende resultaten van de tokamaks van de JET-generatie aanwezig zijn om over het begin van de uitvoering te beslissen. Op basis van zo'n tijdschaal zal INTOR ongeveer in 1990 in bedrijf kunnen worden genomen.

B. WAT ZIJN DE FYSISCHE PROBLEMEN OP WEG NAAR INTOR?

B.1 Plasma-opsluiting en stabiliteitsgrenzen

Zoals al is opgemerkt, beschrijft de Alcator-schaalwet voor de energie-opsluiting in tokamaks de huidige experimenten op bevredigende wijze. Van deze naar INTOR is de extrapolatie echter groot en dus niet voldoende zeker, in het bijzonder omdat tot nu toe een theoretische basis voor deze wetmatigheid ontbreekt. Opgemerkt moet worden dat er een verband zou kunnen zijn tussen de opsluitingseigenschappen van het plasma en zijn β-waarde. Deze moet in INTOR duidelijk hoger zijn dan in de huidige tokamaks is bereikt. Alle hiervoor benodigde gegevens worden in de komende jaren verwacht, in het bijzonder van de tokamaks van de JET-generatie, maar ook van middelgrote tokamaks waarin het beschikbare verhittingsvermogen geleidelijk opgeschaald wordt zodat hogere waarden van $\langle\beta\rangle$ en plasmaparameters dichter bij het thermonucleaire regime bereikbaar worden. De hoogste tot nu toe bereikte waarde van $\langle\beta\rangle$ is ongeveer 2,5%, namelijk in de opstellingen ISX-B in Oak Ridge en T-11 in Moskou. De fysische grens voor $\langle\beta\rangle$, bepaald door het optreden van plasma-instabiliteiten, is in deze machines overigens experimenteel nog niet bereikt. Theoretisch werk toont aan dat door beheersing van de druk- en stroomprofielen evenals door de verlenging van de plasmadoorsnede, de $\langle\beta\rangle$-grenzen verhoogd kunnen worden.

In de huidige, hoofdzakelijk ohms-verhitte tokamaks bestaat een stabiliteitsgrens voor het produkt $\langle n\rangle a$, die als (a/R)B schaalt. Extrapolatie van deze grens tot INTOR zou $\langle n\rangle\, a \lesssim (3 \div 5)\cdot 10^{19}\ m^{-2}$ opleveren, terwijl voor het bereiken van ontsteking, volgens de Alcator-schaalwet $\langle n\rangle\, a \approx 1{,}5\cdot 10^{20}\ m^{-2}$ nodig lijkt. Het is bekend dat deze grens beïnvloed wordt door de energiebalans van het plasma. Op grond hiervan is te verwachten, dat een verhoging van het verhittingsvermogen een verhoging van de limiet van $\langle n\rangle a$ tot gevolg heeft. Ook de juistheid van deze veronderstelling zal binnenkort experimenteel worden getoetst. Op het gebied van de plasmastabiliteit is het moeilijkste vraagstuk voor INTOR het mogelijke optreden van spontane disrupties, d.w.z. een zelden voorkomend snel verlies van het hete plasma. Dit in kleine tokamaks ongevaarlijke effect zou voor een tokamak met de energie-inhoud en de plasmastroom van INTOR grote problemen opleveren. Hoewel deze oplosbaar

lijken te zijn als er gedurende de levensduur van INTOR niet meer dan ongeveer 2000 disrupties zijn, zou het verre de voorkeur verdienen als, door een beter begrip van de oorzaken, disrupties voorkomen zouden kunnen worden. Intensief werk is dus nodig om dit doel te bereiken.

B.2 De pulsduur

Om redenen van rendement en van materiaalvermoeidheid moet een puls bij een nucleair brandend plasma lang zijn. Anderzijds zijn er tal van beperkende factoren. Al na fracties van een seconde zal onder ongunstige omstandigheden het plasma door wisselwerking met de wand zo sterk verontreinigd kunnen worden, dat straling door zuurstof en zwaardere atomen een te groot energieverlies veroorzaakt. Na tientallen seconden is er zoveel helium geproduceerd, dat zonder afvoer hiervan de plasmadruk zo zal stijgen dat zich wegens het bestaan van een $\langle\beta\rangle$-grens moeilijkheden zouden kunnen voordoen. Na 5 tot 10 minuten zou door diffusie het stroomprofiel kunnen veranderen, wat ook weer moeilijkheden met de $\langle\beta\rangle$-grens zou kunnen veroorzaken; de capaciteit van de transformator legt bij een thermonucleair plasma van reactorafmetingen ongeveer dezelfde beperkingen op. In INTOR bijvoorbeeld zou voor een brandtijd van 500 seconden een transformatorfluxzwaai van slechts 25 Vs nodig zijn. De keuze van een pulsduur van 100 s voor INTOR betekent, dat aan de ene kant beheersing van de plasmaverontreinigingen, inclusief de afvoer van helium, noodzakelijk is, terwijl aan de andere kant tijdelijke veranderingen van het stroomprofiel en de door de transformatorcapaciteit opgelegde beperkingen nog geen belangrijke rol spelen. Verder is het nodig gedurende de verbranding verse brandstof (DT) toe te voeren.

De eenvoudigste oplossing om plasmaverontreiniging (door o.a. zuurstof, metalen) te vermijden zou zijn gelegen in de aanwezigheid van een koude plasmamantel rond de ontlading ($T \lesssim 50$ eV, $n\Delta \gtrsim 10^{19}$ m^{-2}, waar Δ de dikte van die mantel is). Er moet echter ook nog een voldoend hoge dichtheid van het helium ($> 10^{18}$ m^{-3}) voor de pomptuiten zijn om dit te kunnen afvoeren. Het is onzeker of dergelijke condities zonder meer bereikt kunnen worden. Daarom wordt voor INTOR een poloïdale divertor voorgesteld. Een divertor maakt gebruik van een magnetische configuratie, die de buitenschil van het plasma naar een speciale lokatie

leidt. Er zijn uiteenlopende systemen bekend: de poloïdale divertor (zoals in ASDEX in Garching, PDX in Princeton en T-12 in Moskou zijn toegepast) leidt het plasma in poloïdale richting af en is axi-symmetrisch. Er zijn ook toroïdaal gelokaliseerde divertoren, zoals de bundel-divertor (toegepast in DITE in Culham) en andere, die echter moeilijker naar het reactorregime te extrapoleren zijn. Alle divertoren hebben de eigenschap dat de plasma-wand-wisselwerking gecontroleerd en op grote afstand van het hete plasma op de wanden van een divertorkamer, met name op de trefplaten, plaatsvindt. Dit verlaagt de toevoer van verontreinigingen naar het plasma aanzienlijk, in het bijzonder van metaalatomen. Omdat relatief grote deeltjesfluxdichtheden op de trefplaten worden gegenereerd, is de dichtheid van het neutrale gas in de divertorkamer hoog. Divertortests zijn nu nog in een zeer vroege fase. In de komende jaren is intensief werk onder reactor-relevante onstandigheden nodig. Behalve een voldoende afscherming van verontreinigingen te garanderen, zal de divertor zo geoptimaliseerd moeten worden, dat een hoge opbrand bereikt wordt, dat wil zeggen, met het helium moet zo min mogelijk DT afgepompt worden. Verder moet de divertor in staat zijn de warmte uit het plasma, ongeveer 100 MW, af te voeren.

De toevoer van brandstof lijkt eenvoudiger dan de afvoer van helium. Inlaat van DT in de vorm van een gasstroom of van gasstoten is misschien al voldoende. Zo nodig zouden ook bevroren DT-korrels in het plasma geschoten kunnen worden. Om op deze wijze de brandstof direct in het centrum van het plasma te kunnen deponeren, is echter een grote technische ontwikkeling nodig.

B.3 Problemen van plasma-opbouw, verhitting, brandfase en blusfase

B.3-1 Plasma-opbouw

Het gebruik van supergeleidende spoelen heeft tot gevolg dat de omloopspanning in INTOR laag gehouden moet worden (< 100 V). Voor de eerste fase van de ontlading (ionisatie en opbouw van een plasmastroom van 1 MA) betekent dit dat het beschikbare elektrische veld ($\lesssim$ 3 V/m) meer dan een factor 4 lager is dan tot nu toe in de bestaande tokamaks gebruikelijk was. Dit bemoeilijkt het bereiken van een positieve energiebalans gedurende de verhitting tot een temperatuur van 100 eV vanwege

de stralingsbarrière. Op grond van deze door de INTOR-studie duidelijk gemaakte problematiek zijn intussen experimenten in de Russische tokamaks T-10, T-11, T-12 en in FT-1 gedaan, die aantonen dat men met een veld van 3 V/m kan uitkomen, indien de vuldruk laag is (10^{-4} Torr), de wanden schoon en de poloïdale magnetische strooivelden klein zijn ($\Delta B/B < 0{,}3\%$). Ook in de TFR in Fontenay-aux-Roses zijn recentelijk soortgelijke proeven gedaan. Als men met nog kleinere elektrische velden zou moeten werken, is het nodig tijdens de opbouw van het plasma de elektronen additioneel te verhitten.

B.3-2 Plasmaverhitting

Op grond van in de tokamaks PLT (Princeton) ISX-B (Oak Ridge), TFR (Fontenay-aux-Roses) en T-11 (Moskou) verrichte experimenten is de werkzaamheid van plasmaverhitting door neutrale deeltjes aangetoond. Voor INTOR zijn echter hoge deeltjesenergieën nodig om de indringdiepte van de neutrale bundels bij de voor ontsteking benodigde dichtheid voldoende te houden. De gekozen energie van 175 keV is een compromis tussen deze eis en wat door middel van versnelling van positieve ionen bereikbaar is. Het probleem is hier de snelle afname van de werkzame doorsnede voor neutralisatie met de deeltjesenergie. Bij 175 keV is het omladingsrendement inderdaad nog maar 20%. Aan de andere kant is een deeltjesenergie van 175 keV te hoog, indien aan het begin van de additionele verhitting de plasmadichtheid lager dan $5 \cdot 10^{19}$ m^{-3} zou moeten zijn. In dat geval zouden te veel geïnjecteerde deeltjes niet door het plasma geabsorbeerd worden. De toepasbaarheid van injectie van neutralen met een vaste energie ter verhitting van het INTOR-plasma lijkt dus marginaal. Verhitting door hoogfrequente golven lijkt qua flexibiliteit ten opzichte van grote veranderingen van de plasmadichtheid gedurende de verhitting tot ontsteking, maar ook qua lokalisatie van de energiedepositie en qua rendement de voorkeur te verdienen. In aanmerking komen golven met frequenties bij de ionen-cyclotronresonantie (25 - 80 MHz), bij de lagere hybride resonantie (1 - 2,5 GHz) en bij de elektronen-cyclotronresonantie (120 - 140 GHz). Deze methoden zijn echter nog niet voldoende ontwikkeld om er een reactorontwerp op te baseren. Intensief werk op dit gebied is daarom zeer belangrijk.

B.3-3 Brandfase

Beheersing van de verbrandingstemperatuur is noodzakelijk, aangezien de verbranding bij $\langle T \rangle \approx 10$ keV, waar de vermogensdichtheid het grootst is, thermisch niet stabiel is. Dit komt omdat de schaalwetten voor de

plasmaverhitting door fusie en voor de verliezen hier respectievelijk $P_{fus,\alpha} \propto n^2T^2$ en $P_{loss} \propto T/a^2$ zijn, zodat de temperatuur T zonder controle zou oplopen. De volgende methoden voor beheersing van de verbrandingstemperatuur staan ter discussie:

1) vergroting van de rimpel van het toroïdaal magnetische veld wat verliezen zou induceren die een schaalwet $P_{loss} \propto T^{9/2}$ volgen;
2) spontane stabilisatie door een mogelijke vergroting van het energieverlies in de buurt van de $\langle\beta\rangle$-grens;
3) stabilisatie door teruggekoppelde decompressie en compressie van de grote straal van het plasma; en
4) regelbare, teruggekoppelde plasmaverhitting, van ca 10 MW juist beneden de ontstekingstemperatuur.

De methoden (3) en (4) eisen dat het werkpunt van de reactor ongeveer overeenkomt met het ontstekingspunt. Het zou dus nodig zijn door andere middelen, b.v. verhoogde straling, zo'n situatie te creëren. Een experimentele test hiervan is echter alleen mogelijk als ontsteking van het plasma bereikt is, terwijl voor de methoden (1) en (2) modelexperimenten met niet-brandende plasma's gedaan kunnen en moeten worden. De laatst genoemde methoden hebben daarom de voorkeur, in het bijzonder de toepassing van een variabele rimpel.

De controle van de plasmapositie zal in INTOR, in principe, niet moeilijker zijn dan in JET. Om de verticale verplaatsingsinstabiliteit te kunnen beheersen is het echter nodig de blanket zo te ontwerpen dat hij als passief stabilisatie-element kan dienen, die de groeitijd van de instabiliteit tot ongeveer 0,1 s verlengt.

B.3-4 Blusfase

De blusfase in een reactor zoals INTOR verschilt van de situatie in huidige experimenten door het feit dat bij relatief hoge plasmadichtheid het belangrijkste aandeel in de plasmaverhitting, geleverd door fusie-α-deeltjes, uitgeschakeld wordt. Dit zou tot plasmadisruptie kunnen leiden. Ook hier zal door experimenten in tokamaks met groot additioneel verhittingsvermogen binnenkort de nodige informatie worden verkregen en een optimale manier voor het blussen van zo'n ontlading uitgewerkt kunnen worden.

C. Wat zijn de technologische problemen op weg naar INTOR?

Ook op technisch gebied is voor een aantal belangrijke onderwerpen verder ontwikkelingswerk nodig, voordat een experimentele fusiereactor zoals INTOR gebouwd kan worden. Hier kan alleen een kort overzicht worden gegeven van deze vraagstukken. Een gedetailleerde discussie is in het bovengenoemd rapport te vinden. De meeste problemen houden verband met de technologieën die in INTOR voor het eerst op grote schaal worden toegepast, en waarvoor INTOR de betrouwbaarheid in een fusiereactor moet demonstreren (zie punt II van tabel 1).

C.1 Magneetveldsystemen

INTOR moet met supergeleidende spoelen zowel voor het toroïdale als voor het poloïdale magneetveld uitgerust worden. Zulke spoelen zijn tot nu toe in tokamaks nauwelijks in gebruik. Wat de spoelen voor het toroïdale veld betreft, is een begin gemaakt in de Russische tokamak T-7 en ook het Franse project Tore-II is met supergeleidende spoelen voor het toroïdale veld voorzien. In beide gevallen wordt NbTi als supergeleider toegepast. In INTOR is de maximale magneetveldsterkte op de spoelen 11 T, wat betekent dat A-15 supergeleiders (Nb_3Sn) toegepast moeten worden, althans op die plaatsen waar de hoogste veldsterkten optreden. Supergeleiders uit Nb_3Sn zullen voor het eerst in de Russische tokamak T-15 gebruikt worden. Vanwege de aanwezigheid van de blanket moeten echter de afmetingen van de toroïdaal-veldspoelen in INTOR veel groter zijn (breedte en hoogte aan de binnenkant respectievelijk 7,5 m en 10,5 m) dan die van spoelen voor plasma-experimenten. Als tussenstap dient het "Large-Coil Project" in Oak Ridge, dat in het kader van de IEA in samenwerking tussen de Verenigde Staten, Europa en Japan uitgevoerd wordt.

De spoelen voor het (gepulste) poloïdale magneetveld zullen uit NbTi gemaakt kunnen worden. Tot nu toe ontbreekt nog iedere ervaring met zulke spoelen voor tijdsafhankelijke velden. Ontwikkelingswerk op dit gebied is dus bijzonder dringend nodig.

Om de toegankelijkheid en de eenvoud van montage en demontage te bevorderen, wordt getracht de spoelen voor het poloïdale veld, inclusief de transformatorspoelen, buiten die voor het toroïdale veld te plaatsen. Dit heeft tot gevolg dat ook de spoelen voor het

toroïdale veld relatief snelle tijdelijke veranderingen van het magneetveld moeten kunnen accepteren. Op de transformatorspoelen komt zelfs een veldverandering van 10 T/s voor. De structuur van het gehele spoelstelsel moet aan deze vereisten aangepast worden.

Als het nodig zou blijken een aantal spoelen voor het poloïdale veld binnen die voor het toroïdale veld te plaatsen, zullen voor afstandsbediening geschikte (elektrische en mechanische) koppelingen ontwikkeld moeten worden. Zulke spoelen zullen uit koper vervaardigd moeten worden.

Met de stroomvoorziening voor het spoelstelsel worden, evenmin als voor de gehele reactor, geen technische problemen verwacht.

C.2 De eerste wand en de blanket

Tal van mogelijke oplossingen voor de eerste wand en de blanket zijn in eerdere reactor-ontwerpstudies onderzocht. Ook in de INTOR-studie neemt dit vraagstuk een centrale plaats in. Een van de grootste problemen voor de bepaling van een optimale eerste wand is, dat de fysische kennis van de plasma-wand-wisselwerking nu nog onvoldoende is om betrouwbare ontwerpspecificaties te geven. Duidelijk is dat het compromis tussen de eisen, die erosie en vermoeidheid wegens temperatuurveranderingen stellen, bepalend zijn voor het ontwerp van de eerste wand. Bovendien moet de eerste wand ook zo ontworpen zijn dat een zeker aantal disrupties aanvaard kan worden. Als wandmateriaal staat roestvast staal, maar ook aluminium ter discussie. Het voordeel van aluminium zal zijn, dat het een zeer goede warmtegeleiding, dus lage thermische spanning en een lage radio-activiteit op lange termijn heeft. Aan de andere kant moet de werktemperatuur voor aluminium laag zijn, zodat het niet geschikt is voor vermogensreactoren. Ter bescherming van de eerste wand tegen disrupties worden schilden, b.v. van grafiet, op die plaatsen overwogen, waar de sterkste energiedepositie wordt verwacht. Bijzondere problemen komen bij de divertor-trefplaten naar voren, waar een zeer hoge energie- en deeltjesflux geconcentreerd wordt. Hier lijkt het gebruik van wolfram of zirkonium-legeringen onvermijdelijk. In het algemeen moet een optimale oppervlaktebehandeling worden toegepast om permeatie van tritium laag te houden. Ook hier is ontwikkelingswerk nodig. Hetzelfde geldt voor elektrische isolatiematerialen in aanwezigheid van grote neutronenfluxen. Betreffende de structuurmaterialen worden geen bijzondere problemen verwacht.

Een belangrijk vraagstuk voor een reactor zoals INTOR is de tritiumvoorziening. Bij een prijs van 8 $/mg en een geschat verbruik van 6 à 8 kg tritium per jaar zouden de kosten ervan bij een levensduur van de machine van ca 10 jaar, ongeveer 600 M$ zijn. Dus is het

lonend in INTOR een belangrijk deel van het benodigde tritium te kweken. Dit zou op niet-reactor-relevante manier gedaan moeten worden, dat wil zeggen, bij lage temperatuur van de kweekmantel, omdat verdergaande technologieën nog niet beschikbaar zullen zijn. Het is juist het doel van het INTOR-testprogramma deze te ontwikkelen. Een voorlopige analyse toont aan dat in INTOR een globale kweekfactor van meer dan 0,5 bereikbaar is, zonder de betrouwbaarheid van de machine negatief te beïnvloeden. Daarbij is er rekening mee gehouden, dat zo'n kweekmantel de voor tests beschikbare ruimte niet mag reduceren en dat aan de binnenkant van de torus geen kweekmantel geplaatst kan worden vanwege de moeilijke toegankelijkheid en de beperkte ruimte aldaar. Toch is duidelijk dat het installeren van zo'n kweekmantel de complexiteit van de blanket aanmerkelijk verhoogt.

C.3 De tritium-technologie

De omvang van de voor INTOR benodigde tritium-technologie is typerend voor een fusiereactor. De tritium-inventaris van INTOR ligt tussen 2 en 5 kg; in bedrijf ligt het verbruik per dag tussen 70 en 90 g. Tritium is aanwezig in het brandstofcirculatiesysteem en het kweek-systeem indien hierin voorzien wordt. Ter wille van veiligheid en kosten moet de inventaris en omloop van tritium zo klein mogelijk gehouden worden. Dit betekent o.a. dat de opbrand van DT niet te laag mag zijn. Met een geoptimaliseerde divertor die zo weinig mogelijk DT afvoert, dus die een groot gedeelte van de in de divertor stromende DT-deeltjes terug in de verbrandingskamer laat convecteren, lijkt een opbrand van 5 procent of meer haalbaar. De problemen van de brandstofzuivering eisen echter verder onderzoek. Een belangrijk beoordelingsaspect bij de keuze van de chemische compositie in de kweekmantel is dan ook (naast veiligheidsoverwegingen, met name voorkoming van brandgevaar, en problemen i.v.m. corrosie): hoe goed laat zich het tritium extraheren? Experimentele tests van extractiemethoden voor het lithium zijn daarom zeer belangrijk. Ook het gedrag van mogelijke kweekmaterialen onder bestraling van neutronen moet worden onderzocht. Aangezien waterstof vooral bij hoge temperatuur in atomaire vorm gemakkelijk door metalen heen dringt, zijn meervoudige insluiting en oppervlakteafdichtingen vereist. Het onderzoek van dergelijke barrières tegen permeatie verdient een hoge prioriteit.

Het is te voorzien dat aan de tritiumproblematiek zal worden gewerkt met gebruikmaking van splijtingsreactoren en met onafhankelijke tritium-test-demonstratie-opstellingen, die in de Verenigde Staten, de Sovjet Unie en Japan in aanbouw zijn of gepland. In de Europese Gemeenschap is de inspanning op dit gebied onvoldoende. Vragen die samenhangen met de levering van tritium, tenminste voor de eerste vulling en voor de niet door kweken gedekte behoeften, in het bijzonder de regels voor het transport, alsmede de beveiliging van de tritiuminventaris, moeten in het algemeen meer aandacht krijgen.

C.4 "Engineering" en structuurmaterialen

De algehele configuratie van INTOR zal een hoge graad van complexiteit vertonen. Dit is een gevolg van de toroïdale geometrie van de reactor, van het grote aantal componenten dat in zo'n reactor verenigd moet worden en vooral van de noodzaak het geheel te voorzien van afstandsbediening. Om het doel, een beschikbaarheid van 25 à 50%, in INTOR te kunnen halen is dus een grote betrouwbaarheid van de verschillende reactorcomponenten nodig. Dit eist verder ontwikkelingswerk voor praktisch alle componenten. De basiskennis voor het ontwerpen van een systeem voor afstandsbediening van INTOR is aanwezig; maar het aantal specifieke problemen die gedurende het ontwerp van een gedetailleerd project opgelost moeten worden, zal veel groter zijn dan in JET of in de Amerikaanse TFTR. Daarom is een systematische aanpak vereist waarvoor technieken ontwikkeld moeten worden.

Als bouwmateriaal voor INTOR zijn austenitisch en ferritisch roestvast staal in discussie alsmede legeringen van titaan, aluminium of molybdeen. Austenitisch staal als 316SS heeft de voorkeur omdat men daarmee de grootste ervaring heeft. De in thermische splijtingsreactoren bij 316SS al bereikte bestralingsdosis is direct significant voor INTOR, maar ook hier ontbreken gegevens voor een fusie-neutronenspectrum. Voor alle andere mogelijke structuurmaterialen is de kennis van stralingsschade wezenlijk beperkter. Hun voordelen zouden de volgenden zijn: ferritisch staal is goedkoper, kan grotere warmtebelasting verdragen en is minder gevoelig voor void-formatie onder neutronenflux. Titaanlegeringen zijn bijzonder goed m.b.t. warmtedoorgang en void-formatie (tot enige roosterplaatsveranderingen per atoom) en wegens de snel afvallende radioactiviteit.

Men verwacht dat de benodigde gegevens inzake het gedrag van mogelijke structuurmaterialen in een fusiereactor zoals INTOR in de periode tot ca 1985 verzameld kunnen worden. De meest volledige databasis, die dan beschikbaar is, zal zeker die voor 316SS zijn.

- - - - - - - - - - - - - - -

Uit de voorgaande uiteenzettingen blijkt dat de voor INTOR noodzakelijke inspanning niet alleen gericht is op de bouw van een machine die voor de ontwikkeling van de fusietechnologie onmisbaar is, maar tevens de richting en het tijdschema duidelijk maakt voor alle werkzaamheden die op tal van uiteenlopende gebieden vereist zijn op weg naar een fusiereactor.

Dit onderzoek werd verricht in het kader van het associatie-contract van Euratom en de "Stichting voor Fundamenteel Onderzoek de Materie" (FOM) met financiële steun van de "Nederlandse Organisatie voor Zuiver-Wetenschappelijk Onderzoek" (ZWO) en Euratom.

De auteurs danken Mevrouw E. Foppema, Ir. H.Th. Klippel en Dr. J. Rem voor het lezen van het manuscript en hun commentaren.

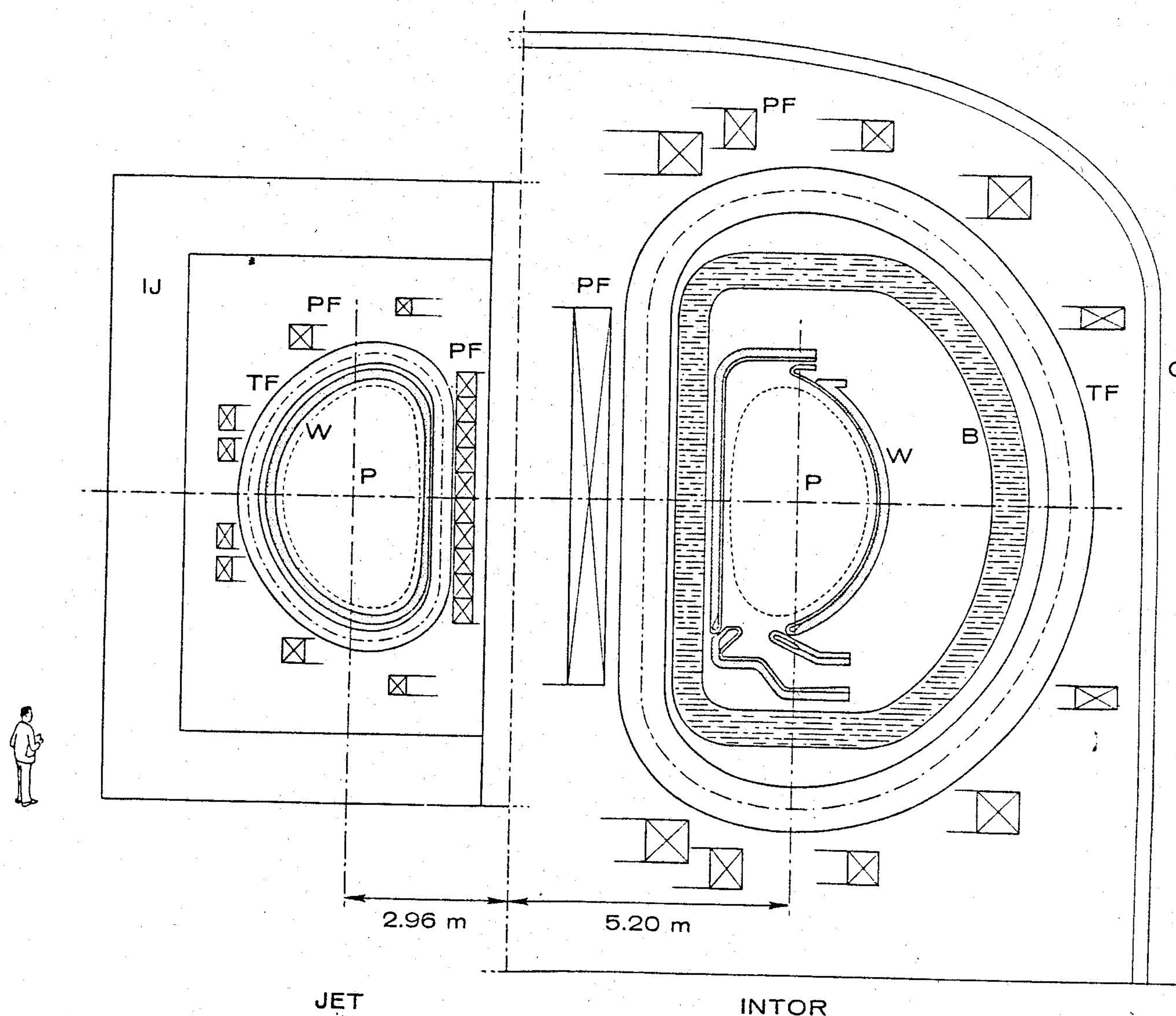


Fig. 1. JET en INTOR op één schaal.

De meest belangrijke elementen van de twee vrijwel axiaalsymmetrische opstellingen zijn schetsmatig aangeduid.

Betekenis van de letters:

P = plasma
W = eerste wand van het vat
B = ruimte voor de blanket
S = schild voor de neutronen
TF = magneetspoel voor het toroïdale veld
PF = magneetspoel voor het poloïdale veld
IJ = ijzerkern voor JET; de INTOR transformator heeft geen ijzerjuk
O = veiligheidsommanteling.

TABEL 1

DOELSTELLINGEN VAN INTOR

I Reactor-relevante operatie
- ontsteking van een DT-plasma
- beheerste verbrandingspuls met een lengte van ca 100 s
- deeltjes- en energieflux op reactorniveau (> 1 MW/m^2)
- duty cycle $\gtrsim$ 70%

II Demonstratie van reactor-relevante technieken
- toroïdale en poloïdale supergeleidende spoelen
- beheersing van de plasmasamenstelling (bv. door een divertor)
- beheersing van de plasma-energiebalans
- plasmaverhitting en brandstoftoevoer
- tritium kringloop
- afstandsbediening
- vacuüm techniek
- technieken i.v.m. de vermogenscyclus

III Technische ontwikkelingen en tests
- kweekmantelmodulen en optimalisatie van tritium-extractie
- verbeterde materialen voor structuur, kweken, koeling enz.
- reactor-relevante technieken voor produktie van stroom en tritium
- materialen tests
- verbeterde plasma-operatie

IV Systeemdemonstratie
- veilig en betrouwbaar bedrijf van een fusiereactor
- beschikbaarheid 25 à 50%
- produktie van tritium door fusie
- stroomlevering door fusie

TABEL 2

BEDRIJFSSCHEMA VAN INTOR

		beschik-baarheid	DT-pulsen*	T verbruik kg/jaar	n-fluentie** per jaar n/m^2
Fase 1 3 jaar	Waterstofplasma inregeling	10%	-	-	-
	DT plasma	15%	$6{,}6 \cdot 10^4$	4,8	$< 10^{25}$
Fase 2 4 jaar	Engineering Tests	25%	$2{,}2 \cdot 10^5$	6+	$\sim 10^{25}$
Fase 3 $\gtrsim$ 5 jaar	Blanket demonstratie	25%	$\gtrsim 2{,}7 \cdot 10^5$	6+	$\sim 10^{25}$

Fase 1, DT plasma:

1) ontsteking
2) beheerste verbranding $\gtrsim$ 100 s
3) duty cycle $\gtrsim$ 70%
4) warmte- en deeltjesflux op reactorniveau
5) voorlopige engineering studies

Fase 2, Engineering Tests:

1) blanket modules: gelijktijdige produktie van T en van stroom
2) materiaal eigenschappen onder bestraling
3) plasma engineering
4) eventueel produktie van T+

Fase 3: na het uitwisselen van de mantel of een gedeelte daarvan

1) blanket demonstratie (één segment of de hele mantel): reactor-relevante produktie van T en stroom (eventueel ook nog niet reactor-relevante produktie+ van T)
2) materiaal eigenschappen onder bestraling

* gebaseerd op pulsen van 100 s, 70% duty cycle en een wandbelasting aan neutronen van 1,3 MW/m^2 in DT operatie.

** primaire neutronenstroom van 14 MeV neutronen, vermenigvuldigd met een factor 6 om de totale neutronenflux te verkrijgen.

\+ meer dan de helft daarvan zou door INTOR gekweekt kunnen worden indien een koude kweekmantel wordt geïnstalleerd.

TABEL 3

Parameters van INTOR en, ter vergelijking, van JET (extended performance)

	INTOR	JET
horizontale kleine straal van het plasma a [m]	1,2	1,25
horizontale kleine straal van het vat a_w [m]	1,4	1,31
verlenging van de doorsnede van plasma en vat b/a	1,6	1,68
grote straal van het vat R [m]	5,2	2,96
aspectverhouding R/a	4,3	2,37
magneetveld op de geometrische as van het plasma B [T]	5,5*	3,5
plasmastroom I [MA]	6,4	4,8
$<\beta>$ [%]	5,5**	$\lesssim$ 6
gemiddelde plasmadichtheid $<n>$ [m^{-3}]	$1{,}4 \cdot 10^{20}$	$(0{,}3 \text{à} 1) \cdot 10^{20}$
gemiddelde plasmatemperatuur T [keV]	10	$\sim$ 5
fluxzwaai ϕ [Vs]	110	34

* Maximaal veld op de supergeleidende spoelen: 11 T.

** Bevat ook bijdragen van α-deeltjes en verontreinigingen; voor het DT-plasma is $<\beta_{DT}>$ = 4,5% aangenomen.